

CLIPPEDIMAGE= JP406273554A

PAT-NO: JP406273554A

DOCUMENT-IDENTIFIER: JP 06273554 A

TITLE: PLUTONIUM EXTINCTION ACCELERATOR FUSED SALT BREEDER REACTOR

PUBN-DATE: September 30, 1994

INVENTOR-INFORMATION:

NAME  
FURUKAWA, KAZUO

ASSIGNEE-INFORMATION:

NAME	COUNTRY
TOKAI UNIV	N/A

APPL-NO: JP05065216

APPL-DATE: March 24, 1993

INT-CL (IPC): G21C001/24;G21C003/328 ;G21F009/00

US-CL-CURRENT: 376/100

ABSTRACT:

PURPOSE: To allow economical power supply by decreasing the concentration of  $\text{UF}_4$  of a target salt, additionally supplying high concentration  $\text{PuF}_4$  and projecting a proton beam, and absorbing generated neutrons into Th while burning  $\text{Pu}$ .

CONSTITUTION: A mixture of fused metal salt containing  $\text{LiF}$ ,  $\text{BeF}_2$ ,  $\text{ThF}_4$ ,  $\text{UF}_4$ , and  $\text{PuF}_3$  by 64, 18, 16.9, 0.4, 0.7mol.% is fed, as a target salt 1, to a reactor 2 and a proton beam 8 is projected through a through hole 7 toward the target salt 1. In this regard, majority of generated neutrons is absorbed by Th while burning the high concentration  $\text{Pu}$  through fission using the neutrons generated upon irradiation with the proton beam 8 thus producing  $\text{U}$ . A large quantity of heat generated through fission is used for power generation. In other words, the target salt 1 is heat-exchanged 14 with secondary fluid 15 and a generator is rotated. A part of the target salt 1 is introduced to a chemical treatment system 22 where the concentration of  $\text{UF}_4$  is decreased by fluorination

distillation.

COPYRIGHT: (C)1994, JPO&Japio

(19)日本国特許庁 (JP)

(12) 公開特許公報 (A)

(11)特許出願公開番号

特開平6-273554

(43)公開日 平成6年(1994)9月30日

(51)Int.Cl. G 21 C 1/24 3/328	識別記号 GDM	序内整理番号 8908-2G	F I	技術表示箇所
G 21 F 9/00	N	7381-2G 9216-2G	G 21 C 3/30	T

審査請求 未請求 請求項の数 1 OL (全 3 頁)

(21)出願番号

特願平5-65216

(71)出願人 000125369

学校法人東海大学

東京都渋谷区富ヶ谷2丁目28番4号

(22)出願日 平成5年(1993)3月24日

(72)発明者 古川 和男

神奈川県中郡大磯町大磯1029-5

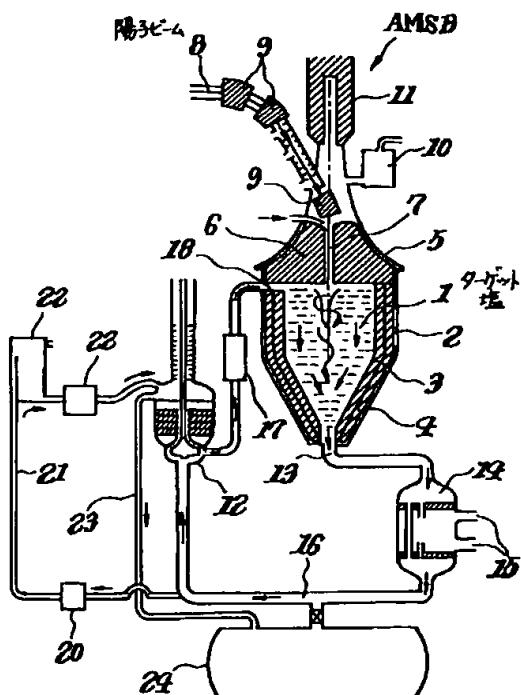
(74)代理人 弁理士 石戸 元

(54)【発明の名称】 プルトニウム消滅加速器溶融塩増殖発電炉

(57)【要約】

【目的】 核分裂物質として  $^{239}\text{PuF}_3$  を用い、問題の多いPuを有効に消滅させつつ、有用な  $^{233}\text{U}$  を効率的に生産するプルトニウム消滅加速器溶融塩増殖発電炉を提供する。

【構成】 ターゲット塩中の各  $\text{ThF}_4$ 、 $^{233}\text{UF}_4$  または  $^{235}\text{UF}_4$ 、 $^{239}\text{PuF}_3$  の濃度において、(1)  $\text{ThF}_4$  濃度は 1.5~3.0 mol% 程度に高く保ち、(2)  $^{233}\text{UF}_4$  または  $^{235}\text{UF}_4$  濃度は 0.05~0.4 mol% 程度に低く保ち、(3) 一方  $^{239}\text{PuF}_3$  を 0.4~0.8 mol% 程度の高濃度に保つ。



1

## 【特許請求の範囲】

【請求項1】 ターゲット塩は溶融弗化物と、親物質としての多量の ThF<sub>4</sub>と、核分裂物質としての <sup>233</sup>UF<sub>4</sub> または <sup>235</sup>UF<sub>4</sub> と、 <sup>239</sup>PuF<sub>3</sub> とよりなり、このターゲット塩に陽子ビームを入射し、発生する中性子を Th に吸収させ、 <sup>233</sup>U を増殖させる單一流体型加速器溶融塩増殖発電炉において、ターゲット塩中の各 ThF<sub>4</sub>、 <sup>233</sup>UF<sub>4</sub> または <sup>235</sup>UF<sub>4</sub>、 <sup>239</sup>PuF<sub>3</sub> の濃度において、

(1) ThF<sub>4</sub> 濃度は 1.5~3.0 mol% 程度に高く保ち、

(2) <sup>233</sup>UF<sub>4</sub> または <sup>235</sup>UF<sub>4</sub> 濃度は 0.05~0.4 mol% 程度に低く保ち、

(3) 一方 <sup>239</sup>PuF<sub>3</sub> を 0.4~0.8 mol% 程度の高濃度に保つことを特徴とするプルトニウム消滅加速器溶融塩増殖発電炉。

## 【発明の詳細な説明】

## 【0001】

【産業上の利用分野】 本発明はプルトニウム消滅加速器溶融塩増殖発電炉に関する。

## 【0002】

【従来の技術】 本願発明者である古川和男は、既に單一流体型加速器溶融塩増殖発電炉 (AMSB) として特公昭63-64754号を発明した。これは、親物質として多量の ThF<sub>4</sub>、核分裂物質として <sup>233</sup>UF<sub>4</sub> (または <sup>235</sup>UF<sub>4</sub>、または <sup>239</sup>PuF<sub>3</sub>) を含んだ溶融弗化物をターゲット(target / blanket) 塩として、上部より約 1 GeV (10億電子ボルト) の陽子ビームを入射し、発生する中性子を Th に吸収させ、 <sup>233</sup>U を増殖させる装置である。

## 【0003】

【発明が解決しようとする課題】 本発明はかかる従来の AMSB 装置において、核分裂物質として <sup>239</sup>PuF<sub>3</sub> を用い、問題の多い Pu を有効に消滅させつつ効率的に有用な <sup>233</sup>U を生産するプルトニウム消滅加速器溶融塩増殖発電炉を提供するものである。すなわち、高利得單一流体型加速器溶融増殖炉のターゲット (target / blanket) 塩において、 <sup>233</sup>UF<sub>4</sub> を隨時化学処理して濃度を減らし、新たに <sup>239</sup>PuF<sub>3</sub> を高濃度に加えて、有効に <sup>239</sup>Pu を焼却しつつ <sup>233</sup>U 生産量を増大させ、さらに十二分な発電供給を目指し、経済性を確保しようとするものである。

## 【0004】

【課題を解決するための手段】 ターゲット塩中の各 ThF<sub>4</sub>、 <sup>233</sup>UF<sub>4</sub> または <sup>235</sup>UF<sub>4</sub>、 <sup>239</sup>PuF<sub>3</sub> の濃度において、(1) ThF<sub>4</sub> 濃度は 1.5~3.0 mol% 程度に高く保ち、(2) <sup>233</sup>UF<sub>4</sub> または <sup>235</sup>UF<sub>4</sub> 濃度は 0.05~0.4 mol% 程度に低く保ち、(3) 一方 <sup>239</sup>PuF<sub>3</sub> を 0.4~0.8 mol% 程度の高濃度に保つ。

## 【0005】

【作用】 ターゲット塩に陽子ビームを入射し、発生する

10

2

中性子を Th に吸収させ、 <sup>233</sup>U を増殖させる。

## 【0006】

【実施例】 以下図面につき本発明の一実施例を詳細に説明する。本発明において、ターゲット (target / blanket) 塩としては、<sup>7</sup>LiF - BeF<sub>2</sub> - ThF<sub>4</sub> - <sup>233</sup>UF<sub>4</sub> - <sup>239</sup>PuF<sub>3</sub> (各成分の濃度は夫々、64-18-16.9-0.4-0.7 mol% の混合溶融金属塩) を使用する。この塩総量は約 1.00 m<sup>3</sup> である。このターゲット塩 1 を図 1 示す AMSB の Ni 合金よりなる反応装置 2 に供給する。この逆円錐状の反応装置 2 の内側には黒鉛反射体 3 及び黒鉛遮蔽体 4 が 2 重に形成され、また、上蓋 5 の内側にも黒鉛遮蔽体 6 が形成され、その中心の透孔 7 を通して陽子ビーム 8 を偏向磁石 9, 9, 9 により屈曲させてターゲット塩 1 中に放射する。なお、図中 10 は蒸気トラップ、11 は中性子ストッパーである。

【0007】 ターゲット塩 1 は反応装置 2 内で渦流となり、中央部近くの偏心位置に陽子ビーム 8 が入射される。この際、かなり高濃度に添加された <sup>239</sup>Pu は、入射陽子ビーム 8 により発生した中性子により核分裂焼却処分されつつ、中性子の倍増に役立てる。一部は陽子スプローリング反応でも消滅させられる。発生中性子のかなりの部分は Th に吸収されて <sup>233</sup>U を生産する。しかも直ちに分離されて低濃度に保たれるため、余り核分裂により消滅することなく、分離生産量を増大できる。これらの核反応過程で、特に核分裂により多量の熱が発生するので、それにより発電を行う。

【0008】 すなわち、ターゲット塩 1 は主ポンプ 12 により反応装置 2 の下部出口 13 より熱交換器 14 で二次流体 15 と熱交換して一次配管 16 を通り、流量調整弁 17 を介して反応装置 2 の上部の流入口 18 に還流され、その際、加熱された上記二次流体 15 は図 2 示すの発電機 G により発電に供される。

【0009】 上記ターゲット塩 1 の一部はポンプ 20 により適宜バイパス系 21 に回して、図 1 の左端に示した化学処理系 22 によって弗素化分離その他を施す。これによってターゲット塩 1 は弗素化蒸溜法によりガス状 <sup>233</sup>UF<sub>6</sub> が分離され、 <sup>233</sup>U は低濃度に保たれる。この際、余剰のターゲット塩 1 はオーバーフロー管 23 を通してタンク 24 に戻される。この化学処理系 22 で分離された <sup>233</sup>UF<sub>6</sub> ガスは直ちに燃料塩のタンク 25 に導かれ、還元されて <sup>233</sup>UF<sub>4</sub> として溶解する。かくして処理された燃料塩は輸送されて、図 2 示すように溶融塩発電炉 (MSCR) (特願昭60-272165号参照) の燃料として利用される。

【0010】 上記ターゲット塩 1 は、また必要に応じ図 2 示すバッチ処理プラント 30 により全量を純化処理する。このターゲット塩のタンク 25 またはバッチ処理プラント 30 による処理は、年に二度程度総量を処理する位の速度で充分である。それは核分裂性物質の濃度の増減が 10% 以下に押さえられるからである。同時に分裂

ガス・トリチウムその他も適宜分離される。その間、次第に減少する  $\text{ThF}_4$ 、 $\text{PuF}_3$  などは、 $^7\text{LiF}$  との共融塩として隨時添加され、上記塩組成を維持する。バッチ処理プラント30で分離された  $^{233}\text{UF}_6$  も同様に燃料塩タンク25に導かれる。

【0011】上記装置において、陽子ビーム8を1GeV、300mAとした場合、Pu焼却・消滅量は年間約390Kgである。 $^{233}\text{U}$ 生産量は、年間約900Kgである（なお、 $^{239}\text{Pu}$ を $^{233}\text{U}$ のみに置き換えるならば、約500Kg／年に減少する）。 $^{233}\text{U}$ のシステム内保有量は約3000Kgであるから、その倍増時間は約3.3年という高性能の増殖装置を意味する。また、発電量推定値は精度が悪いが約120万kWeで、内60万kWeは自己消費するが残りの60万kWeを売電でき、kWhr10円とすれば440億円／年で、全コスト200～300億円／年を軽く凌ぐと考えられる。

【0012】以上のように上記装置における発電量は、施設に必要な電力を補給できるだけでなく、外部に供給され、施設の建設、運転、保守コストを充分賄える。ま

た、この装置自身も発電所としての機能を果たすが主目的は発電ではなく、Th核エネルギー資源を活かすための $^{233}\text{U}$ 燃料生産である。

#### 【0013】

【発明の効果】以上のように本発明においては、単純な炉構造の装置により、社会的に問題の多いPuを有効に消滅させつつ、有用な $^{233}\text{U}$ をより効率的に生産する。しかも、今まで一般的に加速器増殖炉方式によるならばコスト高になるのが通例であった $^{233}\text{U}$ 生産を、売電により利潤を生みつつ生産することができるものである。

#### 【図面の簡単な説明】

【図1】本発明を実施するAMS Bの概略を示す説明図である。

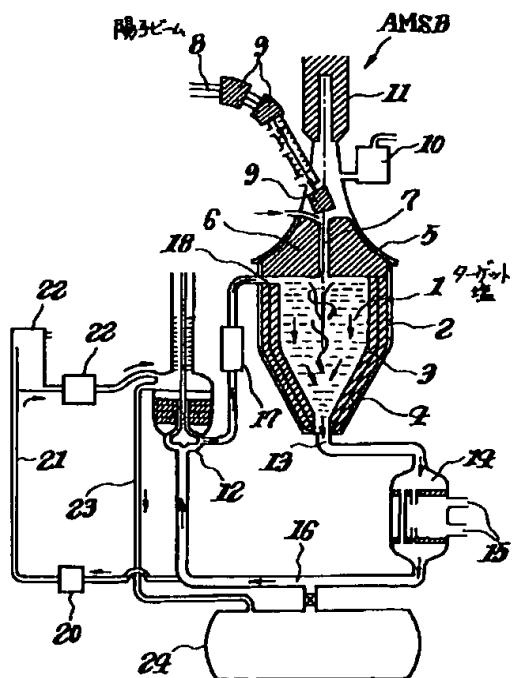
【図2】本発明による燃料サイクルの状況を示す説明図である。

#### 【符号の説明】

1 ターゲット塩

8 陽子ビーム

【図1】



【図2】

